

PATENT ABSTRACTS OF JAPAN

(11)Publication number : 08-338892

(43)Date of publication of application : 24.12.1996

(51)Int.Cl.

G21C 1/12

G21C 15/12

(21)Application number : 07-147806

(71)Applicant : JAPAN ATOM ENERGY RES INST

(22)Date of filing : 14.06.1995

(72)Inventor : MORI YASUO
HISHIDA MAKOTO

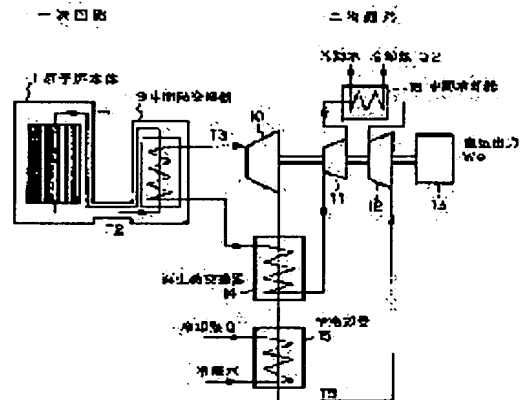
(54) HELIUM COOLING HIGH-TEMPERATURE GAS REACTOR

(57)Abstract:

PURPOSE: To make it possible to show the excellence from the viewpoint of energy resources and the global environment and desalt seawater at the same time because of its higher safety, high total thermal efficiency and no emission of carbon dioxide from all circuits.

CONSTITUTION: An intermediate heat exchanger 9 separates a primary circuit including a reactor from a secondary circuit including a heat exchanger for supplying the heat capacity needed for a turbine system and a seawater desalting device in order not to leak any radioactive substances in the atmosphere. A heat exchanger of a helical-tube type is used in the intermediate heat exchanger 9.

Moreover, the temperature of helium at the exit of the reactor is set at 950° C and that at the entrance at 450° C rather than a conventionally proposed temperature, 400° C. In this case, in order to secure the integrity of the reactor according to the rise in the temperature at the entrance, the temperature of a pressure vessel is lowered by installing an inner heat-insulating layer with a metal corrugated sheet structure inside the reactor vessel to separate the thermal boundary and the pressure boundary.



(19) 日本国特許庁 (J P)

(12) 公開特許公報 (A)

(11) 特許出願公開番号

特開平8-338892

(43) 公開日 平成8年(1996)12月24日

(51) Int.Cl. ⁶	識別記号	庁内整理番号	F I	技術表示箇所
G 2 1 C 1/12	G D T		G 2 1 C 1/12	G D T
15/12	G D T		15/12	G D T G

審査請求 未請求 請求項の数 6 O L (全 9 頁)

(21) 出願番号 特願平7-147806

(22) 出願日 平成7年(1995)6月14日

(71) 出願人 000004097

日本原子力研究所

東京都千代田区内幸町2丁目2番2号

(72) 発明者 森 康夫

東京都世田谷区成城5-9-8

(72) 発明者 菱田 誠

茨城県那珂郡東海村白方字白根2番地の4

日本原子力研究所東海研究所内

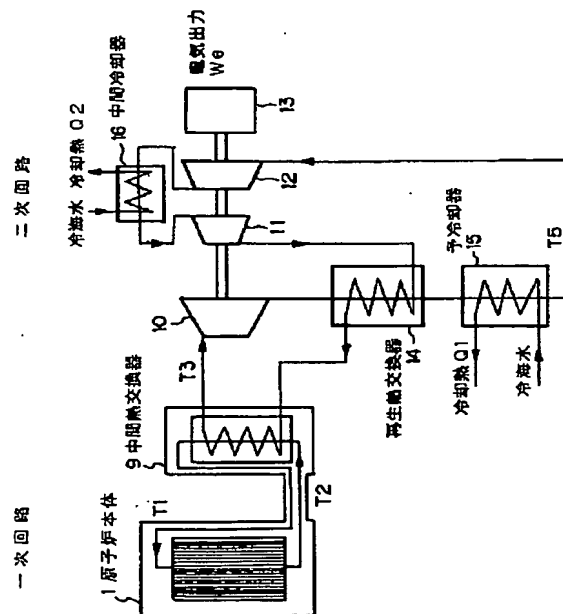
(74) 代理人 弁理士 湯浅 恭三 (外6名)

(54) 【発明の名称】 ヘリウム冷却高温ガス炉

(57) 【要約】 (修正有)

【目的】 安全性を高め、高い全熱効率を持ち、更に全回路より炭酸ガスを全く放出しないので、エネルギー資源・地球環境的にも優れ、淡水化を同時に行いうるようになる。

【構成】 放射性物質が絶対に大気に漏洩しないように、原子炉を含む1次回路と、タービンシステム及び海水淡水化装置に必要な熱量を供給する熱交換器等を含む二次回路を、中間熱交換器によって分離する。この中間熱交換器にはヘリカルチューブ式の熱交換器を採用する。また、原子炉出口のヘリウム温度を950℃にするとともに、入口温度を従来提案されている400℃から450℃にする。この際、入口温度上昇に伴う原子炉容器の健全性を確保するため、原子炉容器の内側に金属薄板波状構造の内部断熱層を取り付け、温度境界と圧力境界を分離することによって圧力容器の温度低下を図る。



【特許請求の範囲】

【請求項 1】 ヘリウムを冷却材とするガス冷却炉を対象とし、ヘリウムが化学的に不活性な故に重大事故の可能性は非常に少なく、且つ固有の安全性と事故時にも優れた受動的冷却特性を持ち、更に放射性物質の漏出が無いように原子炉を含む一次ヘリウム回路と、熱利用系のための二次ヘリウム回路とを分離・設置して安全性を高め、炉の熱出力の約 90% を利用する高い全熱効率を持ち、更に全回路より炭酸ガスを全く放出しないので、エネルギー資源・地球環境的にも優れ、且つ軽水炉のように発電のみを目的としない、中小規模の発電・多目的利用を特徴とするヘリウム冷却高温ガス。

【請求項 2】 一次回路のヘリウムは原子炉内で出口温度 950℃ まで加熱されるが、ガスタービンサイクルの発電熱効率を高めるために、従来 350℃～400℃ であった原子炉入口温度を 450℃ まで高めて冷却材であるヘリウムの流量を増加させ、その際、原子炉容器の温度を低温に保って安全性を確保するために、鋼鉄製の原子炉容器内面に金属薄板波状構造の内部断熱層を取り付けて原子炉容器の圧力境界と温度境界を分離し、ヘリウムは炉の下部から入り、炉心と内部断熱層の間の環状空間を流れ、450℃ のヘリウムが直接原子炉容器と接しないようにすることによって原子炉容器の温度を約 300℃ 以下に保持して安全性を確保すると同時に、ヘリウム冷却材の原子炉入口温度を 450℃ まで高めることによって、一次及び二次回路のヘリウム流量を増加させ、その結果ガスタービンサイクルの熱効率を向上させる原子炉容器構造。

【請求項 3】 二次回路に設置してあるヘリウムガスタービンは最適膨張比の条件下において約 45% の熱効率で発電が可能であり、更に予冷却器及び中間冷却器において、タービン排気からの高温ヘリウムと高圧圧縮機出口からの高温ヘリウムによって海水を加熱・フラッシュすることによって淡水化し、この淡水を立地地域の民生と農産業等に利用して、原子炉熱出力を発電と海水淡水化等の多目的に利用可能で、しかも熱出力の約 90% を利用できる非常に高い全熱効率を持った高温ガス炉。

【請求項 4】 ヘリウムガスタービンによって発電された電力は電力網に送電して社会的に利用することを主目的とするが、一部の電力あるいは夜間の余剰電力を用いてイオン半透膜交換淡水化によって淡水を造成し、立地地区の民生・農産業に利用するかあるいは貯水等に用い、一方、タービンからの排熱等は海水淡水化、化学産業、等に用いることができる多目的利用の可能性を持つことを特徴とする高温ガス炉。

【請求項 5】 軽水炉の使用済み燃料に含まれる残存ウランと運転中に生成されたプルトニウムとを化学的に分離した後別々の酸化物燃料コンパクトを作り、ウラン燃料コンパクトとプルトニウム燃料コンパクトを燃料棒内に軸方向に 1 個ずつ交互に挿入した燃料棒を炉内で燃焼

させるか、あるいは、ウラン燃料コンパクトのみからなる燃料棒とプルトニウム燃料コンパクトのみからなる燃料棒を製造してこれら別々の燃料棒を炉心内に適当に配置して燃焼し、核分裂性プルトニウムをほぼ完全に燃焼・消費して軽水炉で生成された核兵器に転換し得るプルトニウムを無くすることを特徴とする請求項 1 又は請求項 2 又は請求項 3 又は請求項 4 に記載の高温ガス炉。

【請求項 6】 軽水炉は、電気出力 1000 MW 程度の大出力規模を中心として開発・建設が進められているが、本発明の高温ガス炉は電気出力 180 MW を中心とし、この 3 倍程度までの中小規模を対象とする特徴を持ち、請求項 1 又は請求項 2 又は請求項 3 又は請求項 4 又は請求項 5 の特徴を持つ高温ガス炉。

【発明の詳細な説明】

【0001】

【産業上の利用分野】 本発明は、一次回路及び二次回路の冷却材としてヘリウムガスを使用し、この二次回路にガスタービン発電システム及び淡水化システムを設け、更に原子炉容器の内面に断熱層を設けることにより安全性を高めた高温ガス炉システムに関するものである。

【0002】 本発明の高温ガス炉は、化学的に安定で放射性物質を殆ど含まないヘリウムを一次回路及び二次回路の冷却材として使用しているため、原子炉系から、周囲環境への放射性物質の漏洩は非常に少ない。また事故時においても水素のように化学的活性物質は生成されず、且つ軽水炉に比べて固有の安全性は極めて高い。また、炭酸ガスを全く放出しない。すなわち、安全性及び地球環境性に優れた原子炉である。したがって、高い安全性と地球環境性が要求される分野での利用が望まれる。

【0003】 軽水炉が約 35% の熱効率であるのに対し、本発明による高温ガス炉は炉出力の約 90% を発電と海水淡水化等に有効に利用できる。広く一般社会に供給するための発電と、立地地区の民生（飲料水・冷暖房等）や農産業用（かんがい・グリーンハウス空調等）に利用するための淡水を海水から造成するための海水淡水化を行うことが主な利用目的であるが、この他にも、タービンからの約 200℃ の排熱を化学産業等にも多目的に利用できる。また、多量の淡水が必要な時は、発電した電力等を用いてイオン半透膜淡水装置で多量の淡水を造成することも可能である。

【0004】 本発明の高温ガス炉では、軽水炉の使用済み燃料から再処理によって分離したウラン酸化物とプルトニウム酸化物とを燃料として用い、核分裂性プルトニウムを燃焼・消費させる。すなわち、軽水炉によって生成された核分裂性プルトニウムを燃焼・消費させることによって我が国のプルトニウム需給を合わせ、プルトニウムを核兵器に利用されないようにする。このように、本発明による高温ガス炉を軽水炉と組み合わせることによりウランサイクルをほとんど閉じさせることが可能で

あり、核エネルギーの安全確保上有用な役割を果たすと考えられる。

【0005】

【従来の技術】黒鉛減速炭酸ガス冷却炉は1950年代にイギリスを中心として、蒸気発電システムの熱源として開発された。この型式の炉はイギリスで総出力約5000MWまで開発が行われたが、異常な温度上昇あるいは長時間運転によって炭酸ガス中の炭素が分離し、鉄鋼を浸炭したり黒鉛と反応する等の問題が明らかとなり、新しい炭酸ガス冷却炉の開発は進まなくなった。

【0006】炭酸ガス冷却炉の次には、化学的に不活性で、伝熱特性にも優れたヘリウムを冷却材とする新しい型式の高温ガス炉が米国及びドイツ等で開発・運転された。例えば、米国では原子炉出口温度750℃、発電効率39%、炉出力330MW高温ガス炉が建設・運転され、ドイツでは原子炉出口温度750℃、発電効率39%、炉出力290MWのTHTRが建設・運転されたが、開発途上種々の変更・改良が加えられ、発電コストが高価になったことなどの理由により、1990年前後に運転を終えている。

【0007】ドイツのユーリッヒにある原子力研究所では、THTRの開発と並行して、熱効率を更に高め、且つ原子炉よりの熱エネルギーを発電以外の分野にも利用することを目的として研究開発を進めた。特に、高温ガス実験炉AVRを建設して燃料に関する種々の研究開発を行い、SiC、カーボン層等で4重に被覆したTRISO燃料と呼ばれる優れた被覆燃料粒子を開発した。しかしその反面、ヘリウムガスタービン発電システムの開発においては動翼材料の開発に成功しなかった。また、石炭ガス化システムの開発、熱エネルギーの長距離輸送システムの開発においても優れた成果は得られず、将来性も期待できないことが判明したため、数年前には実験炉AVRの運転停止を含め、ほとんどの研究開発が中止された。

【0008】我が国においては1970年より通産省の大型技術開発プロジェクトの一つに、高温ガス炉から得られる1000℃の熱エネルギーを利用して鉄の原鉱石を還元する直接製鉄の研究開発が行われた。このプロジェクトにおいては、直接製鉄に必要な重要機器を含む高温ヘリウムループが開発・建設・運転された。このループは一次ヘリウム回路、二次ヘリウム回路及び三次還元ガス製造系で構成されていた。一次ヘリウム回路の最高温度1000℃で試験が行われ、所期の目的を満足する結果が得られた。しかしその後、鉄鋼産業界での核熱利用のニーズが減少したため、このプロジェクトで得られた技術は日本原子力研究所に移管された、その後、同研究所ではヘンデルループ（大型構造機器実証試験ループ）が製作され、高温ガス炉の機器開発、安全性に関する研究開発等が現在まで行われている。

【0009】1990年には、これまでの研究成果を基

に、原子力委員会が策定した「原子力開発利用長期計画」に従い、日本原子力研究所において熱出力30MWの高温工学試験研究炉（HTTR）の建設が決定・開始され現在建設が進められている。HTTRは、ヘリウム冷却高温ガス炉の基盤技術の確立と高度化を図るとともに、高温工学に関する先端的研究が実施可能な研究施設であり、高温ガス炉の固有安全性を確認し、高温原子炉の利用分野の検討を計画している。この試験炉は従来のガス炉、高温ガス炉などの情報を基に実用上可能な950℃と言う高温でガス炉を稼働させる基盤技術を確認するのが目的であり、現在世界で建設され、近い内に運転される唯一のガス炉である。本発明もこの試験炉の目的と成果を踏まえて、高温ガス炉の実用化のための不可欠な事項をその発明の目的及び構成とするものである。

【0010】

【発明が解決しようとする課題】従来の原子炉は、炭酸ガス等の地球環境汚染物質を殆ど排出せずに社会的役割としての発電を行うことを主目的としているが、本発明では発電とともにタービンの排熱等を用いて海水より淡水を造成し、発電所の立地地区の民生・農業に供給するという重要な2つの目的を解決し、更に軽水炉の使用済み燃料中に残存するウランとプルトニウムとから燃料を製造し、この燃料を本発明の原子炉内で使用することにより核分裂性プルトニウムをほぼ完全に燃焼・消費させることによってウラン燃料サイクルを閉じさせ、我が国のプルトニウムの需給釣合の課題を解決する。

【0011】従来提案されているヘリウム冷却高温ガス炉は経済性に重点を置いているため、ヘリウムタービン系を一次回路中に設置する直接サイクルを採用している。しかも、タービンの排熱回収のための再生熱交換器としてコンパクト・プレート熱交換器の利用を提案している。しかしながら、コンパクト・プレート熱交換器は、一般産業用ガスタービンサイクルあるいは燃料電池サイクル等において、作動圧力及び一次側と二次側の圧力差がいずれも1MPaより小さい場合に用いられており、高温ガス炉のガスタービンサイクルの場合のように作動圧力が6MPaで一次側と二次側の圧力差が数MPaに及ぶ場合には、熱交換器に発生する応力が過大となる。しかも、コンパクト・プレート熱交換器は構造が複雑であるため溶接・ロー付け部の完全な検査は殆ど不可能であり、原子炉設備に用いるには十分な信頼性がなく使用すべきでない。

【0012】本発明では間接サイクルを用い、しかも一次回路と二次回路の間にはヘリカルチューブ式の間熱交換器を設置する。この間熱交換器は固体ふく射熱を利用した高い伝熱性能を持つ上に十分な安全性も備えている。ガスタービン発電系の再生熱交換器にも同様なヘリカルチューブ式熱交換器を採用する。すなわち、本発明では、間熱交換器及び再生熱交換器にコンパクト・プレート式熱交換器を採用せずに、伝熱促進体を具備し

たヘリカルチューブ式熱交換器を採用し安全性を重視するとともに伝熱特性にも優れた解決法をとる。

【0013】軽水炉では回転体の軸シール等より流体の漏洩が報告されているが、高温ガス炉では冷却材がヘリウムであるから、一次回路及び二次回路とも流体中に放射性物質が含まれる可能性は殆ど無い。更に、一次回路の循環機は0.3MPa以下の圧力上昇しか要求されないため、磁気流体シール、磁気軸受を使用することが可能であり、ヘリウム冷却材の漏洩は考えられない。また、ヘリウムタービンあるいは圧縮機など二次回路の回転体には優れた性能のシール機構を選択することによって、二次回路内のヘリウムを漏洩させない解決が可能である。

【0014】従来の高温ガス炉では蒸気タービンによる発電を行うためタービン作動流体の温度が低く、そのため発電効率は40%以下と低い。発電効率を上げるためには作動温度を高くする必要がある。本発明の高温ガス炉では入口温度900℃のヘリウムタービンを用いることにより45%の発電効率を達成する。従来、ヘリウムタービン高温ガス炉が実現しなかったのは、適当なヘリウムタービンの動翼材が無かったためであるが、本発明では、最近日本原子力研究所で開発された耐熱合金を使用することにより実現可能と考える。

【0015】従来のヘリウムタービン高温ガス炉では発電効率を高めるためタービン系を一次回路中に設け、更に効率計算に当たっては技術的に不合理なタービンと圧縮機の断熱効率を用いるとともに（例えば両者とも同じ92%の値にとっている）、圧縮機の入口ヘリウム温度にも不合理な温度を採用している（冷却材の年平均温度に対し15℃程度高くとるべきところを30℃と低い温度が取られている）。本発明では、タービン及び圧縮機の断熱効率に対し十分検討を行い、技術的に合理的な数値を用いている。また、圧縮機入口温度を低くし発電効率を高めるために深度約150メートルの海中から15℃の海水を汲み出しこれを冷却水として用いている。

【0016】ガスタービンサイクルの発電熱効率を高めるためには、原子炉入口と出口におけるヘリウム温度を高める必要がある。出口温度はこれまでの研究開発成果及びHTTR試験炉計画等から考えると950℃を達成することは可能であると考えられる。しかし従来の原子炉と同じ炉容器構造を採用した場合には、入口温度を400℃以上にするには困難であると考えられる。本発明では、原子炉容器の内面に金属薄板波状構造の断熱層を取り付けることによって、従来の原子炉容器壁が具備していた耐圧境界と耐熱境界の2つの機能を分離する。すなわち、耐圧境界は従来どおり原子炉容器壁に持たせ、耐熱境界は金属薄板波状構造の断熱層に持たせることによって、原子炉容器の健全性を確保しつつ、原子炉入口におけるヘリウム温度を450℃まで昇温させる。原子炉入口温度を高くすることによってヘリウム冷却材

の流量が増加し、その結果ガスタービンサイクルの熱効率を高めることができる。

【0017】軽水炉の使用済み燃料には、残存するウランと運転中に生産されたプルトニウムとが含まれている。現在、我が国では軽水炉の使用済み燃料に含まれている核分裂性プルトニウムを燃焼させるため、酸化ウランと酸化プルトニウムの混合物からなるMOX燃料を製造し、軽水炉で燃焼させる試みが開始されている。しかしこのような所謂プルサーマルでは多量のMOX燃料を燃焼することができず、近い将来我が国には多量の余剰プルトニウムが存在するようになる。このプルトニウム供給過剰の課題を解決するため、本発明の高温ガス炉においては軽水炉の使用済み燃料から再処理によって取り出したウランとプルトニウムとを燃料として用い、核分裂性のプルトニウムをほぼ完全に燃焼・消費させる。この際、プルトニウムを燃焼させると同時に、ウラン238から新たにプルトニウムを製造させないため、本発明では、ウラン酸化物の燃料ペレットとプルトニウム酸化物の燃料ペレットとの2種類を製作し、これらのペレットを1個ずつ交互に挿入した燃料棒を作成して炉内で燃焼させるか、あるいは、ウラン燃料ペレットのみを挿入した燃料棒とプルトニウム燃料ペレットのみを挿入した燃料棒とを製作してこれらを炉内に適当に配置して燃焼させる炉心構成とする。

【0018】

【課題を解決するための手段】本発明は、ヘリウムを冷却材とする高温ガス炉において、固有の安全特性に加えて事故時にも放射性物質が絶対に大気に漏洩しないように、原子炉を含む1次回路と、タービンシステム及び海水淡水化装置に必要な熱量を供給する熱交換器等を含む二次回路を、中間熱交換器によって分離する。そして、この中間熱交換器にはヘリカルチューブ式の熱交換器を採用してその安全性を高める。次に、ヘリウムタービンシステムの発電効率を高めるために原子炉出口のヘリウム温度を950℃にするとともに、入口温度を従来提案されている400℃から450℃にする。この際、入口温度上昇に伴う原子炉容器の健全性を確保するため、原子炉容器の内側に金属薄板波状構造の内部断熱層を取り付け、温度境界と圧力境界を分離することによって圧力容器の温度低下を図る。

【0019】また、ヘリウムタービンの動翼に適した金属材料を用い、同時に翼端損失を最小にする動翼翼型を3次元計算によって決定するとともにタービンシステムの最適化を図ることにより約45%の発電熱効率を得る。また、原子炉からの熱エネルギーを発電とともに、立地地域の民生・農産業に利用することによって、原子炉プラントの全熱効率を約90%に高めるため、二次回路には、ヘリウムタービンによる発電システムに加えてフラッシュ式海水淡水化装置を設ける。

【0020】更に、軽水炉の使用済み燃料中に生成され

るプルトニウムを本発明による高温ガス炉ではほぼ完全に燃焼・消費させるとともに新たにプルトニウムを生成させないため、使用済み燃料に含まれるウランとプルトニウムを化学的に分離して、それぞれ別の酸化物燃料として原子炉内で燃焼させる。このようにして、軽水炉の燃料中に生成された核分裂性プルトニウムをほぼ完全に燃焼・消費させるウランサイクルを殆ど閉じさせるとともに、核燃料に転用できるプルトニウムが我が国に蓄えられないようにする。

【0021】

【作用】本発明の原理を図1、図2及び図3に基づいて説明する。本発明の高温ガス炉では、安全性を高めるために原子炉本体1を含む一次回路と利用系を含む二次回路とに分離している。この二次回路においては、熱効率約45%のヘリウムガスタービン発電システム2により発電を行うとともに、タービン10の排熱を再生熱交換器14を通した後に予冷却器15において海水に伝熱した熱量Q1と、高圧圧縮機11と低圧圧縮機12の間に設けられた中間冷却器16で海水に伝熱した熱量Q2とによって、海水をフラッシュ11において加熱・フラッシュさせて淡水を造成する。ガスタービン発電と海水淡水化に用いた熱量の和は原子炉熱出力の約90%であり、本発明の高温ガス炉は非常に高い全熱効率を持つシステムである。

【0022】軽水炉の使用済み燃料から分離して得られるウランとプルトニウムの酸化物を同じ形状・寸度の燃料コンパクトに製造し、これらのコンパクトを一つずつ交互に挿入した燃料棒を製造するか、あるいは、ウランコンパクトのみからなるウラン燃料棒とプルトニウムコンパクトのみからなるプルトニウム燃料棒とを製造し、これら燃料棒を炉心内に適当に配置して燃焼させることにより、軽水炉の使用済み燃料中に生成された核分裂性プルトニウムを殆ど完全に燃焼・消費し、ウラン燃料サイクルを殆ど閉じたものにして、我が国の核分裂性プルトニウム保有量をできる限り少なくする。

【0023】本発明におけるガスタービンサイクルの熱効率を上げるための具体的提案としては、原子炉入口におけるヘリウム温度T1を450℃と従来建設・運転されている高温ガス炉より高い温度に設定する。その際、原子炉容器4の安全性を確保するため、原子炉容器の内側に図2に示すような金属薄板波状断熱層5を設置することによって圧力境界と温度境界を分離し原子炉容器の温度を300℃以下の低温に保つことにより十分な強度余裕を持たせる。この圧力境界又は耐圧境界とは耐圧部のことであり、ここでは原子炉容器をさし、又温度境界又は耐熱境界は高圧ヘリウムを耐圧部に接しないようにする保護部分のことであり、ここでは原子炉容器の内側に張り付けた断熱層のことを意味する。圧力境界と温度境界を分離することにより、耐圧部の使用温度を低下させるために安い材料を使用することができる。

【0024】更に、一次回路と二次回路との間に設置された中間熱交換器9を使用して、原子炉出口温度(T2)950℃の一次回路のヘリウムによって二次回路のヘリウムを加熱してタービン10に導入する。このタービン入口に向かう二次回路ヘリウムの温度(T3)を900℃にまで加熱するために、この中間熱交換器に設けられたヘリカルコイル間に薄板状の円筒を設置し、この円筒より放射される固体ふく射を利用する伝熱促進法を使用して二次回路ヘリウムを加熱する。このタービン10により高圧圧縮機11、低圧圧縮機12及び発電機13が駆動される。ところで、低圧圧縮機及び高圧圧縮機の駆動動力を低下して発電効率を高くするため、これら圧縮機の入口ヘリウム温度を35℃まで冷却する。この冷却において、低圧圧縮機の入口ヘリウム温度は、再生熱交換器14と水深約150mから汲み上げた冷海水で冷却される予冷却器15とにより35℃まで低下される。また、高圧圧縮機の入口ヘリウム温度を35℃まで冷却するため、低圧圧縮機と高圧圧縮機との間には中間冷却器16を設け、この中間冷却器の2次側冷却水として水深約150mから汲み上げた冷海水を用いる。

【0025】更に、タービン10の動翼には900℃まで耐熱性のある金属材料を利用するとともに、タービン動翼及び圧縮機動翼には最近の工業用タービン設計技術を利用して動翼の翼端損失が最小になる形状の動翼を採用することにより92%のタービン断熱効率と88%の圧縮機断熱効率が達成される。また、ガスタービンサイクルの熱効率が最大となるタービン膨張比を用いる。このようにして熱効率約45%のタービン発電システムが達成される。予冷却器及び中間冷却器で加熱された冷海水はフラッシュ法によりフラッシュ16において淡水化される。

【0026】ガスタービンサイクルの熱効率を高めるには、原子炉の入口及び出口のヘリウム温度を高めることが必要である。出口温度は、多くの研究開発の結果によって慎重に決定されるべきであるが、日本原子力研究所におけるこれまでの研究と現在建設中の試験原子炉の出口温度950℃の仕様を参考にすると、本発明における原子炉出口ヘリウム温度950℃は実際に達成可能であると考えられる。原子炉入口のヘリウム温度450℃を達成しつつ原子炉容器の温度を低く押えて安全性を確保するため、本発明では原子炉圧力容器4の内面に金属薄板波状構造の内部断熱層5を設け、圧力容器の耐圧境界と耐熱境界を分離した構造としている。このような構造にすることにより、原子炉入口のヘリウム温度を450℃まで高めても圧力容器の温度を300℃以下と低く押え原子炉容器の安全性を確保することが可能である。

【0027】

【実施例】本発明は、図3に示すように安全性及び熱効率を高めるシステム構成を採用している。また、軽水炉の使用済み燃料に含まれる残存ウランと使用中に生成さ

れたプルトニウムを燃料として用いることにより、核分裂性プルトニウムを燃焼・消費させ軽水炉と併せ用いることによってウランサイクルを殆ど閉じさせることを特徴とする。原子炉の入口におけるヘリウム温度 T_1 は 450°C であり、出口温度は T_2 は 950°C である。この原子炉の熱出力を中間熱交換器9において2次回路の作動流体であるヘリウムに伝え、発電システム2のヘリウムタービン10により高効率発電を行なうとともにタービンの排熱等を用いてフラッシュ式淡水化システム3によって海水から淡水を造成する。発電電力は一般社会で利用し、淡水は立地地区における民生における飲料水、冷暖房等と農産物における灌がい・グリーンハウスの空調等に用いる。軽水炉が蒸気サイクルを用いて約35%という低い熱効率で発電のみを行うのに対し、本発明の高温ガス炉システムは、ガスタービンシステムによる発電とフラッシュ式海水淡水化システム3とによるタービン排熱利用により炉出力の約90%を有効に利用する高い全熱効率をもったシステムである。

【0028】更に、本発明は、安全性にも優れ、且つ軽水炉で生成された核分裂性プルトニウムを燃料の一部として用いることにより燃焼・消費し、我が国における余剰プルトニウムの保有量を最小限に止め、且つ炭酸ガス問題のような地球環境問題も生じさせない等の特徴を持つものである。本発明の高温ガス炉の燃料は、TRISO層で被覆された燃料粒子を使用している。この燃料の安全性はこれまでの実験等により保証されている。

【0029】冷却材には化学的に全く不活性なヘリウムを用いている。一次回路のヘリウム循環機6は磁気軸受と磁性流体シールとを具備している。一次回路のヘリウムは原子炉で $T_2 = 950^{\circ}\text{C}$ まで加熱され、その熱エネルギーは耐圧性に優れ、特殊な伝熱促進法を具備したヘリカルチューブ式中間熱交換器9によって2次回路の6.1MPaのヘリウムに伝熱され、これを $T_3 = 900^{\circ}\text{C}$ まで加熱する。従って、放射性物質が例えば燃料粒子より6.0MPaの一次回路ヘリウム中に漏洩しても2次回路及び系外には漏出ししない構造を持っている。

【0030】また、原子炉容器4の内面には内部断熱層を設け、耐圧境界と耐熱境界とを分離することによって原子炉容器の温度を 300°C 以下の低い温度に保ち安全性を高めている。更に、1次回路のヘリウムは軽水炉などと異なり放射性物質を殆ど含んでおらず、また仮に配管破断事故が生じて原子炉内に大量の空気が侵入して炉内構造物を腐食するまでには非常に多くの時間がかかり、この時間の間に適当な処理を施すことが可能であり、軽水炉より高い安全性を持っている。

【0031】ヘリカルチューブ式中間熱交換器9は直径の異なる多数のヘリカル管が並列に配置されている。この熱交換器はその軸を垂直に設置され、ヘリカル管外を一次ヘリウムが流れる。ヘリカル管の各列の間には薄い金属円筒が取り付けられている。高温の一次回路ヘリウ

ムでこの円筒が加熱されると、固体ふく射が発生してヘリカル管が加熱されるために伝熱促進効果が生ずる。

【0032】この伝熱促進円筒をもつ中間熱交換器の伝熱実験結果の一例が図4に示される。円筒は一次回路ヘリウムと殆ど同じ温度であり、管外の温度抵抗は約 25°C 、管内の温度抵抗も約 25°C と優れた伝熱性能を持っている。しかも、この金属円筒はカルマン渦によるヘリカル管の振動発生を抑制する効果も併せ持っている。また、ヘリカル管は管の熱膨張を曲率半径の僅かな増加により強度低下を招くことなく吸収できる等安全性に優れた特性を持っている。

【0033】図5は本発明における高温ガス炉の熱効率とタービンの膨張比との関係を示す。本発明では標準型高温ガス炉として熱出力400MWのもの考える。図3に示すように、原子炉の入口温度 T_1 は 450°C 、出口温度 T_2 は 950°C である。原子炉入口温度 T_1 を従来の高温ガス炉により高く設定し、タービン流量を増加させることによってガスタービンシステムの熱効率を高くしている。従来報告されているガスタービンシステムにおいては50%程度の熱効率が得られるとしているものも見られるが、これらの報告においては、合理的な根拠の無い圧縮機断熱効率、タービン断熱効率、あるいは圧縮機入口温度等を用いて計算がなされており、信頼できる結果とは言えない。図5の計算例では、タービン断熱効率を92%、圧縮機断熱効率を88%とし、予冷却器15及び中間冷却器16の冷却水としては深度150mの場所から汲み上げた 15°C の海水を用い計算によって求めた圧縮機入口温度 $T_7 = 35^{\circ}\text{C}$ を用いて計算し、ガスタービンシステムの熱効率が45%になることを明らかにしている。海水淡水化に必要な熱量は、予冷却器と中間冷却器によって海水を加熱することによって与える。図3にはタービン膨張比=3.9、タービン熱効率=45%の条件における温度・流量条件を示してある。本発明の実施例では、発電と海水淡水化に用いている熱量の合計は原子炉出力の約90%であり、非常に高い全熱効率を持ったプラントである。

【0034】最近の軽水炉は熱効率が約35%、電気出力が1300MWe程度であり、出力に関しては更に大型化する傾向にある。しかし一方では、中小規模の原子力発電所の必要性、性能向上などが検討され始められている。本発明の実施例の高温ガス炉は熱出力400MWt、電気出力180MWeであり、今後要求が生ずる中小規模の原子力発電プラントとして最適である。更に、発電以外にもタービンシステムからの排熱等を海水淡水化にも利用し、製造した淡水を飲料水、冷暖房等の民生用あるいは灌がい・グリーンハウス冷暖房など農産物利用に利用することを指向しており、中小規模での発電と立地地区への貢献を主実施例としている。

【0035】本発明の実施例の高温ガス炉は燃料として、軽水炉の使用済み燃料から取り出した残存ウランと

核分裂性プルトニウムを用い、これら核分裂性物質をほぼ完全に燃焼・消滅させることを一つの大きな特徴とする。すなわち、使用済み燃料から再処理によってウランとプルトニウムとを化学的に分離した後、これらの酸化物燃料からなる別々の燃料ペレット（例えば、直径26mm、長さ39mm）を製造し、ウランペレットとプルトニウムペレットとを交互に挿入した燃料棒を製造するか、あるいはウランペレットのみからなる燃料棒とプルトニウムペレットのみからなる燃料棒を製造し、これらの燃料棒を原子炉内に適当に配置して燃焼することによって、数年間で核分裂性プルトニウムを殆ど燃焼・消滅させる。このように本発明の実施例の高温ガス炉によって、軽水炉で生成される核分裂性プルトニウムを燃焼・消費し、我が国における余剰プルトニウム保有量を無くするとともに、ウランサイクルを閉じさせる。このような燃料とその利用法は本発明の実施例の一つの大きな特徴である。

【0036】

【発明の効果】本発明は、ヘリウムを冷却材とする高温ガス炉において、ヘリウムタービン発電システム、海水淡水化装置等利用系を二次回路に設置して、原子炉を含む一次回路とは分離したり、原子炉容器の内面に断熱層を設ける等随所に安全性を重視したシステム構成としている。更に、ヘリウムガスタービンによって45%と言う高発電効率で発電するとともに、タービン排熱を立地地区の民生・農業に利用できる淡水を造成するための海水淡水化に利用することによって90%と言う高いシステムの全熱効率を達成する。更にその燃料には軽水炉の使用済み燃料から再処理によって分離・抽出したウランとプルトニウムとを使用し、燃料体構造としては炉内で数年間燃焼させることによって核分裂性プルトニウムを殆ど燃焼・消滅させる構造としている。しかも出力規模は180MWe程度の中小規模である。すなわち、本発明による高温ガス炉プラントは、安全性、地球環境性、高熱効率性を持った中小規模のエネルギー源として大きな効果が期待できる。

【図面の簡単な説明】

【図1】高効率間接サイクル・ヘリウム冷却高温ガス炉の基本サイクル図である。

【図2】圧力境界と温度境界を分離した原子炉容器の断面図である。

【図3】発電と海水淡水化用ヘリウム冷却高温ガス炉の系統と主要部の温度・圧力・流量を示す図である。

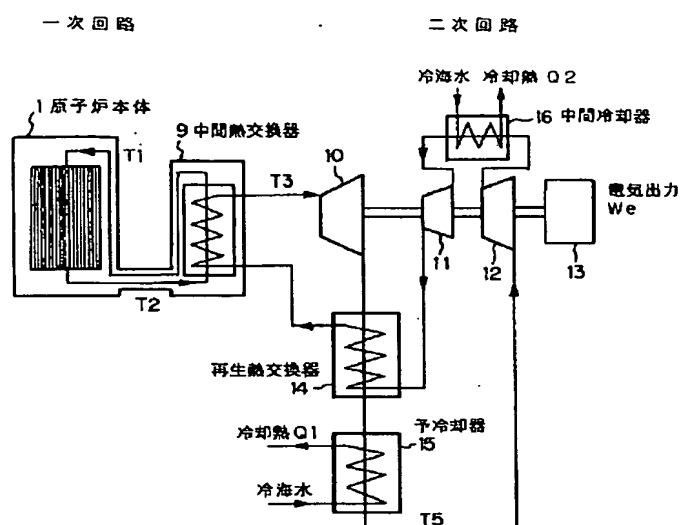
【図4】一次回路と二次回路を結ぶヘリカルコイル式中間熱交換器の各部の温度分布を示す図である。

【図5】ヘリウムタービンの熱効率とタービンの膨張比の関係を示す図である。

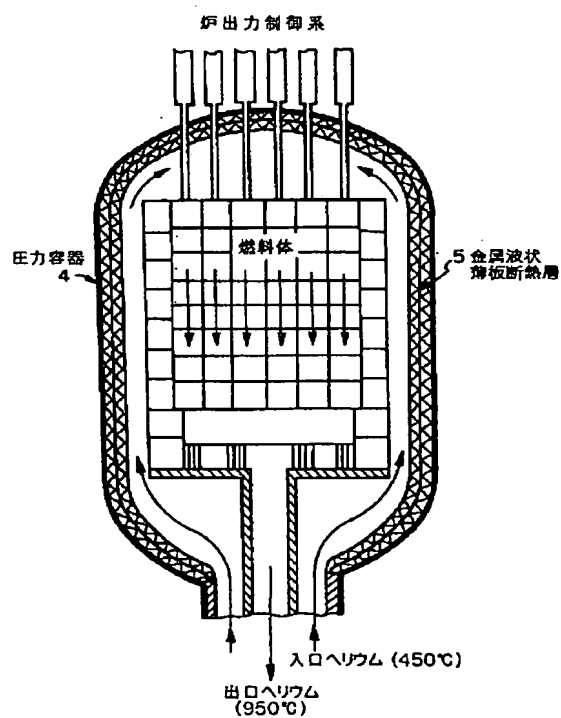
【符号の説明】

T 1	原子炉入口温度
T 2	原子炉出口温度
T 3	タービン入口温度
T 4	中間熱交換器二次回路ヘリウム入口温度
T 5	タービン出口温度
T 6	タービン排気側再生熱交換器出口温度
T 7	圧縮機入口温度
T 8	圧縮機出口温度
T 9	冷海水温度
T 1 0	冷海水中間冷却器出口温度
P 1	原子炉出口ヘリウム圧力
P 2	タービン入口圧力
P 3	圧縮機入口圧力
P 4	圧縮機出口圧力
G 1	一次回路ヘリウム流量
G 2	二次回路ヘリウム流量
G 3	造成淡水流量
G 4	温海水流量
1	原子炉本体
2	発電システム
3	フラッシュ式淡水システム
4	圧力容器
5	断熱層
6	循環機
9	中間熱交換機
1 0	タービン
1 1	高圧圧縮機
1 2	低圧圧縮機
1 3	発電機
1 4	再生熱交換器
1 5	予冷却器
1 6	中間冷却器
1 7	排気ポンプ
1 8	フラッシャー

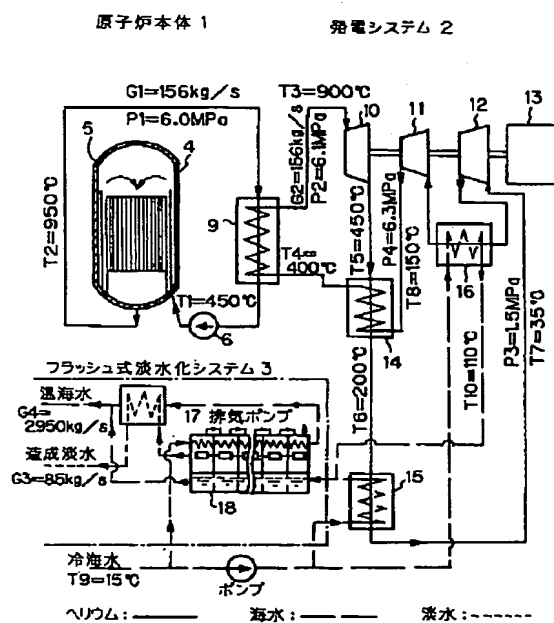
【図 1】



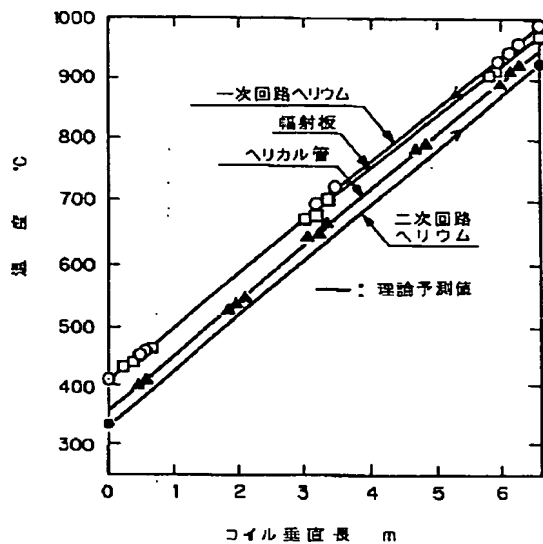
【図 2】



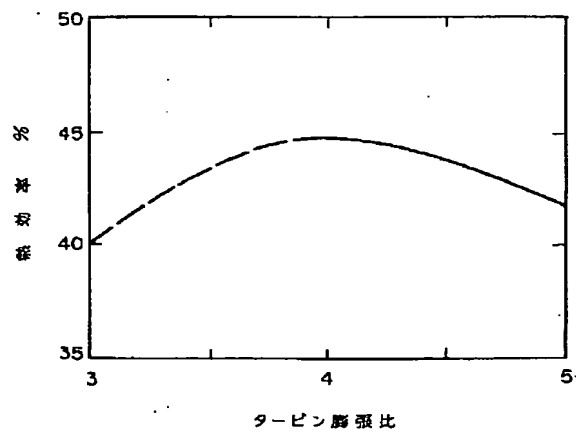
【図 3】



【図4】



【図5】



【手続補正書】

【提出日】平成7年6月22日

【手続補正1】

【補正対象書類名】明細書

【補正対象項目名】請求項1

【補正方法】変更

【補正内容】

【請求項1】 ヘリウムを冷却材とするガス冷却炉を対象とし、ヘリウムが化学的に不活性な故に重大事故の可能性は非常に少なく、且つ固有の安全性と事故時にも優

れた受動的冷却特性を持ち、更に放射性物質の漏出が無いように原子炉を含む一次ヘリウム回路と、熱利用系のための二次ヘリウム回路とを分離・設置して安全性を高め、炉の熱出力の約90%を利用する高い全熱効率を持ち、更に全回路より炭酸ガスを全く放出しないので、エネルギー資源・地球環境的にも優れ、且つ軽水炉のように発電のみを目的としない、中小規模の発電・多目的利用を特徴とするヘリウム冷却高温ガス炉。